УДК 621.039.532.21

ВЛИЯНИЕ НЕРАВНОМЕРНОСТИ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ НА РЕСУРС РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

В.И. Бойко, П.М. Гаврилов*, М.Г. Герасим*, А.Г. Кохомский*,
В.Н. Мещеряков*, В.Н. Нестеров, А.В. Ратман**, И.В. Шаманин

Томский политехнический университет
*ФГУП Сибирский химический комбинат. г. Северск
**ФГУП Горно-химический комбинат. г. Железногорск
E-mail: nesterov@phtd.tpu.edu.ru

На примере РБМК-1000 произведено определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны, а так же по радиусу графитового блока. Приведены: методика обработки массивов эксплуатационных параметров промышленного уран-графитового реактора; распределения объемной плотности тепловыделения с учетом радиального и аксиального профилирования активной зоны; распределения величины ресурса реакторного графита по активной зоне и графитовому блоку.

Введение

Анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита и его работоспособности в водографитовых реакторах позволяет сформулировать следующие выводы:

1. Для корректного определения ресурса графита необходимо учитывать влияние сопутствующего γ-излучения [1].
2. Плотность потока γ-излучения зависит от места расположения графитового блока в активной зоне, от места в графитовом блоке и типа самого блока. Поэтому необходимо проведение более точных расчетов полей γ-излучения, тем более, что в каждой точке блока наблюдается разная плотность потока быстрых нейтронов и эквивалентная температура облучения [2].
3. Для строгого определения ресурса графита необходимо учитывать, что нейтронно- и теплофизические условия эксплуатации зависят не только от места расположения графита в активной зоне. Они являются немонотонными функциями времени и значительно изменяются в течение кампании.
4. Использование средних интегральных значений плотности потока быстрых нейтронов и температур при определении момента достижения критического флюенса приводит к значительной погрешности.

В связи с этим в данной работе была поставлена задача: разработать метод определения ресурса реакторного графита в различных местах кладки, исходя из параметров эксплуатации реального ядерного реактора.

Методика обработки массивов эксплуатационных параметров

Одними из основных контролируемых параметров является мощность ядерного реактора в течение определенного промежутка времени. Для упрощения работы с массивами эксплуатационных параметров необходимо провести их сверку.

Исходными массивами являются значения тепловой мощности реактора N_i^j и длительности микрокампаний Δt_i^j, где i – номер микрокампании, входящей в состав j-ой кампании. Пример массивов эксплуатационных параметров приведен на рис. 1.

По принципу прямого сравнения производятся выборка и затем свертка:

$$N_k^m = N_l^n, \text{ где } m \neq n;$$
$$N_k^m = N_l^n, \text{ где } k \neq l;$$
$$n,m = 1,2,\dots,J;\ k,l = 1,2,\dots,I.$$

Если $N_k^m = N_l^n$, где $m \neq n$, то $N_k^m = N_l^n = \dots = N_{w1}$; $\Delta t_{w1} = \sum_{\substack{(k,m)\\(l,n)}} \Delta t_{k(l)}^{m(n)}$;

если $N_k^m = N_l^n$, где $k \neq l$, то $N_k^m = N_l^n = \dots = N_{w2}$; $\Delta t_{w2} = \sum_{\substack{(k,m)\\(l,n)}} \Delta t_{k(l)}^{m(n)}$;

и т.д. для $w_3, w_4, \dots$,

где I – количество микрокампаний; J – количество кампаний; $w_1, w_2, w_3, \dots$ – идентификатор микрокампаний, в течение которых значения энергонапряженности реактора совпадают.

В результате свертки формируются два одномерных массива: N_w и Δt_w, где N_w – тепловая мощность реактора за промежуток времени Δt_w.

Результаты показали, что погрешность определения флюенса по среднему значению тепловой мощности за год достигает 14 %.

Радиальное и аксиальное распределение температурных полей

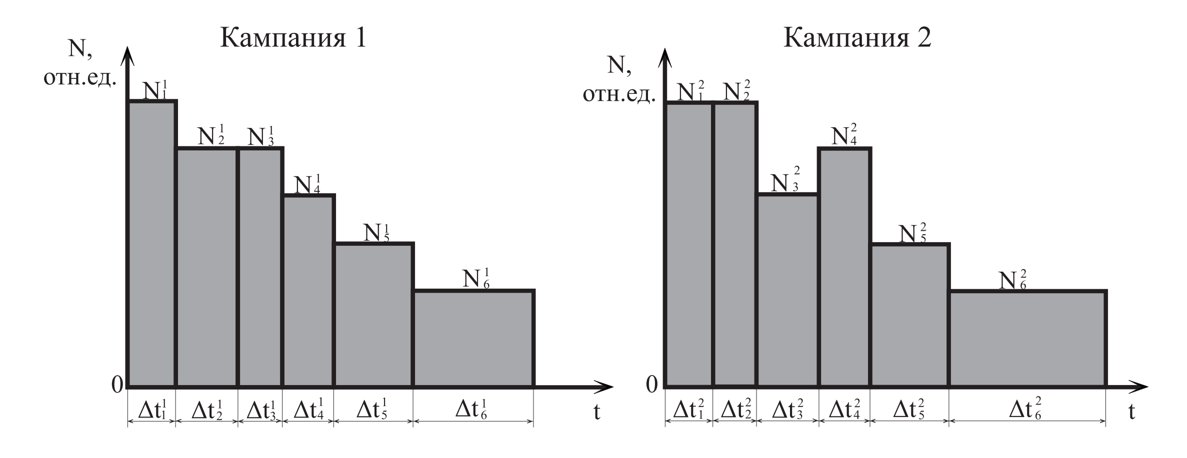
На основе анализа экспериментальных данных аппроксимированы радиальное и аксиальное распределения объемной плотности тепловыделения с учетом радиального и аксиального профилирования активной зоны (рис. 2). Коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу составляет $k_r \approx 1{,}1$, по колонне – $k_r \approx 1{,}3$. Ширина плато составила: по радиусу 3,7 м, по высоте 3,4 м.

Максимальное и минимальное значения энерговыделения в колонне определяются из соотношений:

$$N_{кол}^{\max} \approx \frac{\overline{N} \cdot k_r}{n_{TK}}; \quad N_{кол}^{\min} \approx 0{,}3 \cdot N_{кол}^{\max},$$

где $\overline{N}$ – средняя мощность ядерного реактора; k_r – коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны с учетом радиального профилирования; n_{TK} – число топливных каналов.

Расчетным путем установлено аксиальное распределение температуры теплоносителя, при этом



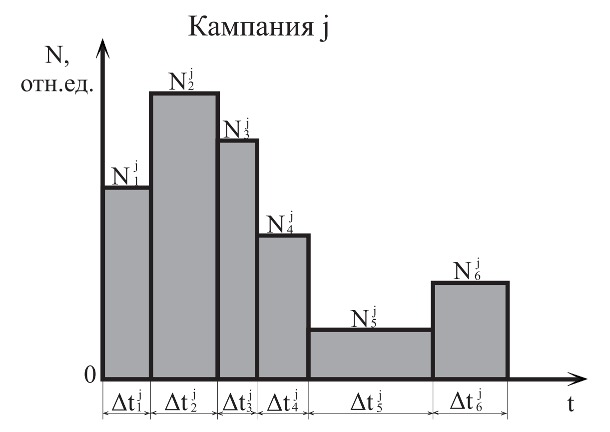


Рис. 1. Пример массивов эксплуатационных параметров

максимальное значение объемной плотности тепловыделения в топливе определялось из соотношения:

$$q_v^{\max} = \frac{N_{кол}^{\max} \cdot k_z}{n_{твэл} \cdot \pi \cdot R_{TT}^2 \cdot H_{A3}},$$

где k_z – коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны с учетом аксиального профилирования; $n_{твэл}$ – количество твэлов в топливном канале; R_{TT} – радиус топливной таблетки; H_{A3} – высота активной зоны.

Минимальное значение объемной плотности тепловыделения на краях активной зоны составляет 30 % от максимального значения и имеет место на расстоянии 0,5 м с каждой стороны по высоте колонны.

Средняя температура теплоносителя на i-ом участке определяется соотношением:

$$T_{TH}^i = T_{TH}^{i-1} + Q_i / (G \cdot \bar{c}_p),$$

где i – номер участка по высоте колонны, i=0 соответствует входу теплоносителя в колонну; $Q_i = q_v^i \cdot \pi \cdot R_{TT}^2 \cdot \Delta z \cdot n_{твэл}$ – количество тепла, выделяемое на i-ом участке, где q_v^i – среднее объемное тепловыделение в топливе на i-ом участке; Δz – длина участка; G – расход теплоносителя; $\overline{c_p}$ – удельная теплоемкость теплоносителя, $n_{твэл}$ – количество твэлов в технологическом канале.

Определено, что объемная плотность тепловыделения в графитовых блоках прямо пропорциональна объемной плотности тепловыделения в топливе и определяется соотношением:

$$q_{v_{гр}}^i = \frac{E_n}{E_f} \cdot \frac{(\xi\Sigma_S)_{гр}}{\overline{\xi\Sigma}_S} \cdot \frac{S_{ТОП}}{S_{АЗ}} \cdot \Delta \cdot q_v^i,$$

где E_n – среднее значение энергии нейтронов деления; E_f – энергия деления U^{235}; $(\xi\Sigma_S)_{гр}$, $\overline{\xi\Sigma}_S$ – замедляющие способности графита и активной зоны, соответственно; $S_{ТОП}$ – площадь поперечного сечения (вид сверху), занимаемая топливом в активной зоне; $S_{АЗ}$ – площадь поперечного сечения активной зоны; Δ=4...6 – характеризует отношение q_v (за счет γ-квантов и нейтронов)/q_v (за счет нейтронов).

Температура на внутренней поверхности графитового блока на i-ом участке определялась из соотношения:

$$T_i(R_{TK}) = T_{TH}^i + q_{s_{гр}}^i \left(\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{тр}}{\lambda_{тр}} + R_{заз} \right),$$

где $q_{s_{гр}}^i = \frac{S_{гр} \cdot q_{v_{гр}}^i}{2 \cdot \pi \cdot R_{TK}}$ – поверхностная плотность теплового потока на i-ом участке; здесь $S_{гр}$ – площадь поперечного сечения ячейки, занятая графитом; R_{TK} – радиус технологического канала; α – коэффициент теплоотдачи; $\delta_{тр}$ – толщина трубы технологического канала; $\lambda_{тр}$ – коэффициент теплопроводности для материала трубы технологического канала; $R_{заз}$ – термическое сопротивление зазора, заполненного азотно-гелиевой смесью.

Графит, подвергаясь радиационному повреждению, значительно деформируется, в результате чего в одних местах величина газового зазора уменьшается, в других – увеличивается. В силу того, что коэффициент теплопроводности газа очень мал, небольшие изменения зазора приводят к значительным изменениям термического сопротивления. Анализ экспериментальных данных показал, что среднее значение термического сопротивления газового зазора составляет $R_{заз} \approx 200/q_s^{\max}$, где $q_s^{\max}$ – максимальное значение поверхностной плотности теплового потока.

Средняя эквивалентная температура по сечению графитового блока на i-ом участке определяется из соотношения:

$$\overline{T}_i = T_i(R_{TK}) + 0{,}8825 \frac{q_v^i \cdot R_Э^2}{\overline{\lambda}} (A_1 - A_2),$$

где $\overline{\lambda}$ – коэффициент теплопроводности графита; $A_1 = \ln\left(\frac{R_Э}{2R_{TK}}\right)$; $A_2 = \frac{0{,}25R_Э^2 - R_{TK}^2}{2R_Э^2}$, где $R_Э$ – эквивалентный геометрический радиус блока графита; $R_Э = a/\sqrt{\pi}$, где a – сторона графитового блока.

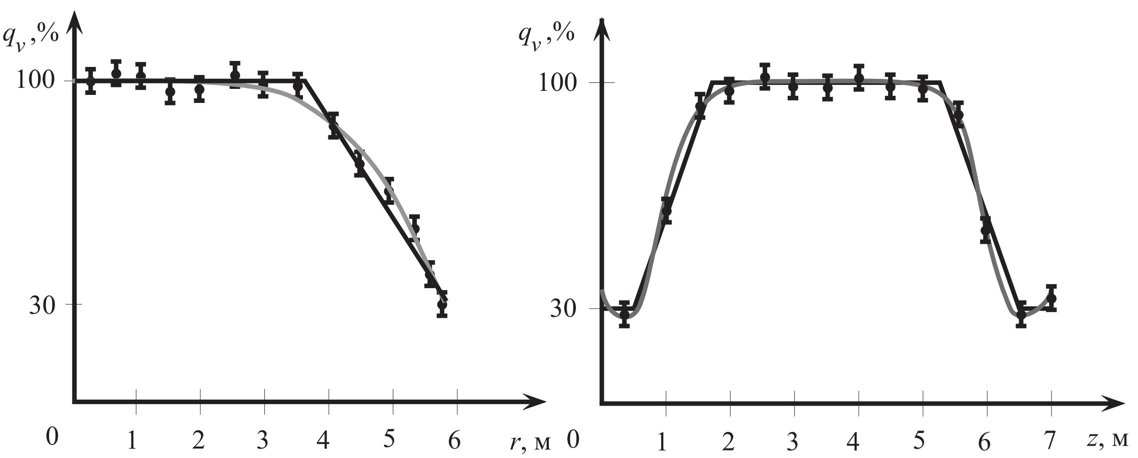


Рис. 2. *Радиальное и аксиальное распределения объемной плотности тепловыделения (темная линия – результат линейной аппроксимации)*

Определение ресурса реакторного графита

Значение критического флюенса является сильной функцией эквивалентной температуры облучения. Так, в условиях РБМК-1000, функциональная зависимость критического флюенса удовлетворительно описывается полиномом 2-ой степени:

$$F_0(T) = a_0 + a_1 \cdot T + a_2 \cdot T^2,$$

где a_0=5,92; a_1=–9,06·10^{-3}; a_2=3,31·10^{-6} – при температуре более 300 °С; a_0=0,322; a_1=–1,91·10^{-3}; a_2=1,02·10^{-5} – при температуре до 280 °С; T измеряется в градусах Цельсия; F_0 – в 10^{22} см$^{-2}$. Значения критического флюенса при температурах от 280 до 300 °С получены путем линейной аппроксимации. При определении коэффициентов полинома были использованы экспериментальные пары значений F_0 и T для графита ГР-280 при плотности потока сопутствующего γ-излучения Φ_γ=5·10^{14} см$^{-2}$·с$^{-1}$ [2].

Согласно расчетам критический флюенс на самом энергонапряженном участке для внутренней поверхности графитового блока составил 2,3·10^{22} см$^{-2}$, его среднее значение по графитовому блоку составило 1,65·10^{22} см$^{-2}$.

Значения плотности потока быстрых нейтронов на каждом участке получены из соотношения:

$$q_v^i = N_{яд} \cdot \Delta \cdot \int\limits_{180 кэВ}^{\infty} \sigma_{el}(E) \cdot g_{el}(E) \cdot E \cdot \Phi_i(E) dE =$$

$$= N_{яд} \cdot \Delta \cdot \overline{\sigma}_{el} \cdot \overline{g}_{el} \cdot \overline{E} \cdot \overline{\Phi}_i,$$

где $N_{яд}$ – концентрация ядер графита; σ_{el} – микроскопическое сечение упругого рассеяния; g_{el} – доля энергии, теряемая нейтроном при упругом рассеянии; E – энергия нейтронов; Φ_i – плотность потока быстрых нейтронов на i-ом участке; $\overline{\sigma}_{el}$, $\overline{g}_{el}$, $\overline{\Phi}_i$ – значения, полученные при средней энергии нейтронов $\overline{E}$.

Результат расчета для РБМК-1000 при работе на номинальной мощности 272 эффективных суток в течение года дан в табл. 1. В таблице приведен ресурс реакторного графита (по радиусу активная зона разбита на 9 участков, нулевой участок соответствует центру активной зоны; по высоте – на 20 участков, первый – входу теплоносителя в активную зону). При использовании среднего интегрального значения температуры ресурс для всего реакторного графита составил около 50 лет.

Таблица 1. *Распределение ресурса реакторного графита (в годаах) по активной зоне; z – аксиальная; r – радиальная координаты*

z \ r	0	1	2	3	4	5	6	7	8
1	140	140	140	140	140	170	233	284	498
2	114	114	114	114	114	138	191	233	410
3	71	71	71	71	71	87	122	150	267
4	44	44	44	44	44	55	78	97	175
5	29	29	29	29	29	37	53	67	123
6	23	23	23	23	23	29	43	55	102
7	22	22	22	22	22	28	42	53	100
8	22	22	22	22	22	28	42	53	100
9	22	22	22	22	22	28	42	53	99
10	22	22	22	22	22	28	42	53	99
11	21	21	21	21	21	28	41	52	99
12	21	21	21	21	21	28	41	52	99
13	21	21	21	21	21	27	41	52	99
14	21	21	21	21	21	27	41	52	98
15	21	21	21	21	21	28	42	53	100
16	27	27	27	27	27	34	51	64	120
17	41	41	41	41	41	51	74	93	171
18	66	66	66	66	66	82	116	144	261
19	105	105	105	105	105	129	182	224	401
20	134	134	134	134	134	159	217	275	467

Изменение потока повреждающих нейтронов по радиусу ячейки

Эквивалентная температура облучения графита (выше 300 °С) возрастает по радиусу ячейки, следовательно, значение критического флюенса снижается. При этом также снижается значение плотности потока повреждающих нейтронов. Имеет смысл рассмотреть влияние неравномерности плотности потока быстрых нейтронов по ячейке на ресурс.

Эквивалентная температура в графитовом блоке определяется соотношением:

$$\overline{T}_i(r) = T_i(R_{TK}) +$$

$$+ \frac{q^i_{s_{гр}} \cdot R_{TK}}{\overline{\lambda} \cdot (1 - R^2_{TK} / R^2_Э)} \left(\ln \frac{r}{R_{TK}} - \frac{r^2 - R^2_{TK}}{2 \cdot R^2_Э} \right),$$

где r – радиальная координата, $R_{TK} \le r \le R_Э$.

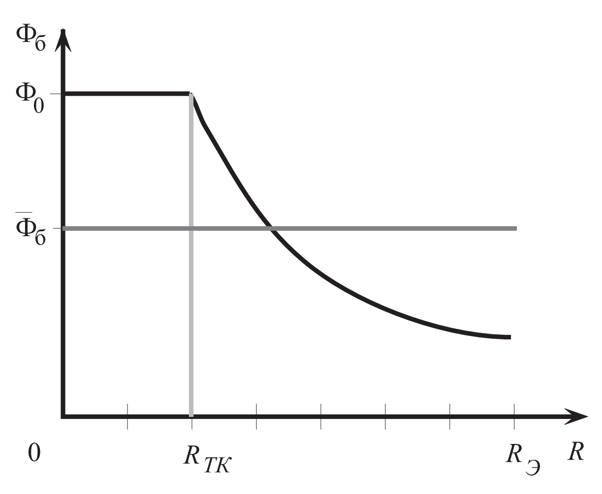


Рис. 3. *Изменение плотности потока быстрых нейтронов по радиусу ячейки*

Величина плотности потока быстрых нейтронов по сечению технологического канала изменяется слабо, поэтому ее можно считать постоянной. Выбранное распределение представлено на рис. 3 и описывается соотношением:

$$\Phi_б = \Phi_0 \cdot \exp[-\Sigma_t \cdot (r - R_{TK})],$$

где Φ_0 – значение плотности потока быстрых нейтронов в сечении технологического канала, определяемое из известного среднего по ячейке значения; Σ_t – полное макроскопическое сечение для энергии нейтронов 2,5 МэВ.

Результаты расчета радиуса для центральной ячейки реактора РБМК-1000 приведены в табл. 2.

Таблица 2. *Распределение ресурса реакторного графита по радиусу эквивалентной ячейки*

Радиус, см	Ресурс, лет
4,40	20,8
5,36	21,6
6,32	22,9
7,28	24,5
8,24	26,5
9,20	28,9
10,16	31,9
11,12	35,4
12,08	39,6
13,04	44,6
14,00	50,5

Заключение

В экспериментальных оценках ресурса реакторного графита распределение энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны является средней интегральной характеристикой. Значение ресурса при таком подходе для уран-графитовых реакторов определено в 35 лет. Эти оценки носят противоречивый характер. Например, графитовая кладка промышленных уран-графитовых реакторов, имеющих больший «возраст», оказывается менее поврежденной, чем в реакторах, введенных в эксплуатацию позже. При ресурсе 35 лет реакторы продолжают успешно функционировать в течение 50 лет, а при тщательном исследовании графитовой кладки оказывается, что она может эксплуатироваться еще около 10 лет. Таким образом, расчет ресурса необходимо проводить для каждой отдельной колонны с учетом её местоположения по отношению к органам управления и защиты. Отличие расчетных значений эквивалентной температуры облучения и ресурса реакторного графита в различных точках активной зоны от усредненных может достигать 23 %.

Оценки ресурса, как правило, проводятся с использованием экспериментальных зависимостей критического флюенса от температуры облучения, полученных в исследовательских реакторах. При этом под температурой облучения не всегда подразумевается эквивалентная температура, обусловленная взаимодействием нейтронов и γ-квантов с графитом. Результаты расчетов показали, что погрешность определения критического флюенса, вызванная данным обстоятельством и использованием среднего значения энергонапряженности кладки, за год может достигать 14 %.

С целью увеличения степени адекватности расчетных данных ожидаемым значениям следует учитывать влияние на величину критического флюенса действующего значения плотности потока повреждающих нейтронов и его спектра.

Использование усредненных во времени и по активной зоне микро- и макроскопических параметров эксплуатации графита во многих случаях приводит к занижению реального ресурса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Виргильев Ю.С. Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // Материаловедение. – 2001. – № 2. – С. 44–52.
2. Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графитовой кладки РБМК // Атомная энергия. – 1997. – № 5. – С. 325–330.

УДК 530.17